DOI: 10.25283/2587-9707-2020-3-66-77 УДК 621.039.7

АНАЛИЗ РАЗЛИЧНЫХ КОНЦЕПЦИЙ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО КЛАССА 1 В КРИСТАЛЛИЧЕСКИХ ПОРОДАХ

С. А. Богатов[1], Д. В. Крючков[1], Д. И. Павлов[2], Д. В. Сыченко[2]

[1]Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

[2]Санкт-Петербургский филиал АО «ФЦНИВТ «СНПО «ЭЛЕРОН» — «ВНИПИЭТ», Санкт-Петербург

Статья поступила в редакцию 5 августа 2020 г.

Рассмотрены наиболее проработанные концепции захоронения ОЯТ и ВАО в кристаллических породах. Детально анализируется вариант с использованием суперконтейнера (СК), в котором бентонитовый буфер находится внутри стального корпуса, а сам СК располагается в вертикальных скважинах в цементной заливке, которая также используется для герметизации пересекающих скважины трещин.

Ключевые слова: *геологическое захоронение, кристаллические породы, суперконтейнер, бентонитовый буфер, цементная заливка, радиоактивные отходы.*

Интенсивная разработка концепций захоронения ОЯТ/ВАО в кристаллических породах началась более 30 лет назад [1], в условиях больших неопределенностей в прогнозах эволюции материалов инженерных барьеров и горных пород. В значительной степени недостаток знаний компенсировался большим «запасом» по безопасности в применяемых проектных и технических решениях. Наиболее распространены в настоящее время концепции ПГЗРО типа KBS-3 (см. ниже), в отношении которых накоплен значительный объем знаний по вопросам обеспечения безопасности и которые стали в настоящее время в определенном смысле эталоном геологического захоронения в кристаллических породах.

Однако данные концепции требуют выполнения довольно жестких критериев приемлемости горных пород при проектировании, планировании, разработке и строительстве ПГЗРО и ряда весьма дорогостоящих и трудно реализуемых технических решений. Возникает вопрос — возможно ли, с учетом накопленного опыта и данных по применяемым защитным барьерам в условиях геологического захоронения, оптимизировать эти концепции.

Цель настоящей статьи — рассмотреть одно из возможных решений такой оптимизации с потенциальной возможностью последующего применения, в том числе и для целей планирования и проведения соответствующих экспериментов в подземной исследовательской лаборатории (далее — ПИЛ) в Нижнеканском массиве. Этому есть несколько причин. Во-первых, происходит постоянное развитие методов анализа, расчетного инструментария, технологий, и те решения по безопасности, которые были оправданными десятилетия назад, в настоящее время могут быть значительно развиты. Это — общие принципы научно-технического прогресса в любых областях промышленности. Во-вторых, в России в последнее время происходит активное развитие реакторных и радиохимических технологий, которое, очевидно, повлечет за собой новые

возможности как по кондиционированию РАО, так и по контейнерному парку. В связи с этим определенная вариативность в компоновочных вариантах подземной части ПГЗРО видится необходимой и разумной опцией. В-третьих, российская ПИЛ должна внести свой вклад в копилку глобальных знаний по геологическому захоронению, а работы в ней планируются с участием представителей зарубежных национальных операторов по захоронению РАО и организаций научно-технической поддержки.

Очевидно, что полноценное обоснование безопасности новой концепции столь сложного объекта, как ПГЗРО, потребует значительных усилий, и успех данной работы зависит от многих факторов. Однако авторы считают, что с учетом имеющегося мирового опыта, по крайней мере, предварительные оценки безопасности новой концепции могут быть проведены достаточно оперативно. Результатом первых оценок должно стать решение о целесообразности ее дальнейшей более детальной проработки.

Существующие решения по планировке ПГЗРО в кристаллических породах

Обзор концепций, рассматриваемых в мире для захоронения ОВАО и ОЯТ, приведен в работе [4]. Для массивов кристаллических горных пород (ГП) в ней рассматриваются варианты вертикального или горизонтального размещения упаковок с внешним буфером из прессованного бентонита (рис. 1) или вариант с использованием многоцелевых контейнеров (МЦК). МЦК используются одновременно для хранения, транспортировки и размещения в пунктах глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) ОЯТ или ВАО.

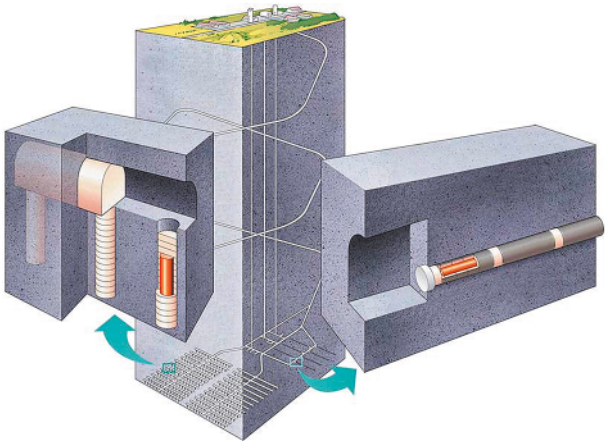


Рис. 1. Иллюстрация концепции вертикального или горизонтального размещения ОЯТ/ОВАО в контейнерах с буфером из прессованного бентонита [5]

В международной практике для размещения ОЯТ в кристаллических породах на глубине около 500 м наибольшее распространение получила концепции KBS-3 шведской компании Svensk Kärnbränslehantering AB (SKB), которая в настоящее время активно прорабатывается в Швеции и Финляндии. Наиболее исследованной считается концепция KBS-3V с вертикальным размещением упаковок (рис. 2), в которой тепловыделяющие сборки с ОЯТ находятся в герметичных медных контейнерах с чугунной вставкой. Контейнеры размещаются по одному в вертикальных скважинах, в качестве буферного материала используется прессованный (компактированный) бентонит. Технологические выработки над скважинами захоронения заполняются бентонитом или его смесью с иными материалами. Считается, что в данной концепции упаковки сохраняют герметичность в течение сотен тысяч лет.

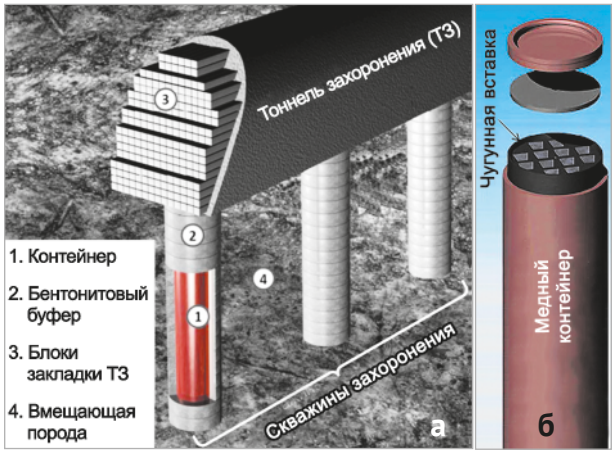


Рис. 2. Концепции KBS-3V (а) и конструкция медного контейнера для ОЯТ (б) [6]

Концепция с горизонтальным размещением упаковок с ОЯТ/ОВАО (KBS-3H) начала разрабатываться параллельно с KBS-3V с конца 90-х годов компанией SKB и финской компанией Posiva. Система инженерных барьеров KBS-3H идентична KBS-3V, однако реализована в виде так называемых суперконтейнеров (СК), представляющих собой собираемую на поверхности конструкцию, где первичная упаковка РАО, несущая чугунная вставка, медный контейнер и буфер из прессованных бентонитовых колец находятся в перфорированной металлической оболочке. Диаметр горизонтальных выработок превышает диаметр СК лишь на 5 см, и этот зазор через перфорированную оболочку заполняется набухающим бентонитом. Данная концепция более эффективно использует подземное пространство (в отличие

от KBS-3V отсутствуют пустые горизонтальные выработки, требующие заполнения), позволяет уменьшить сколы на вертикальных скважинах. Сборка на поверхности дает возможность более качественно разместить буфер бóльшей плотности вокруг внешнего контейнера.

Еще одним аргументом в пользу применения СК было неравномерное набухание и растрескивание бентонитовых блоков в эксперименте FEBEX [7, 8] (полномасштабный эксперимент с нагревателем в горизонтальной скважине, имитирующим канистру с тепловыделяющими РАО, окруженную блоками из прессованного бентонита в форме цилиндрических секторов). Эксперимент проводился в сильно обводненных кристаллических породах, и растрескивание со смещением блоков произошло из-за преждевременного набухания бентонита.

К трудностям, связанным с реализацией KBS-3H, кроме бурения горизонтальных выработок диметром около 2 м и длиной около 300 м, можно отнести использование довольно сложной машины, передвигающей упаковки в скважинах с помощью поддона на гидравлической подушке (рис. 3). Так как перемещение СК и герметизирующих блоков происходит относительно медленно, возможно нежелательное преждевременное набухание бентонита с заклиниванием конструкций в выработках.

Безопасность концепции KBS-3 в обеих модификациях была достаточно серьезно обоснована еще в 2011—2012 гг. [7—10].

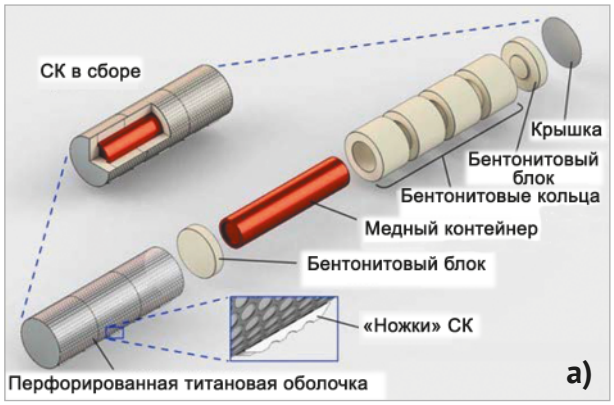
Отличительными особенностями концепции KBS-3 являются следующие:

1. Кристаллические породы при глубинах расположения ПГЗРО менее 400—600 м не считаются основным барьером безопасности. Основную барьерную функцию выполняет контейнер, конструкция которого в комбинации с иными барьерными материалами должна обеспечивать его сохранность в течение не менее сотен тысяч лет[1].

2. Высокие требования к качеству буфера — бентонита (сухая плотность материала) — и точности его размещения: минимальные зазоры между контейнером и буфером, а также буфером и горной породой. Большие зазоры приводят к уменьшению насыщенной плотности бентонита ниже минимально допустимой.

3. Концепция KBS-3 чувствительна к возможности неравномерного набухания бентонита и его вымыванию (эрозии). Отсюда следуют высокие требования к качеству горной породы (отсутствие пересекающих скважины захоронения значимых водопроводящих трещин). В концепции KBS-3V данный вопрос решается гибкостью планировки ПГЗРО — для короткой скважины с одной упаковкой всегда можно найти подходящий участок ГП (правда, за счет расширения площади объекта). В KBS-3H используется бентонит повышенной плотности, герметизация скважин и искусственное равномерное орошение заполненных секций для предотвращения неравномерного набухания бентонита в СК и изолирующих секциях.

[1] В японской концепции H12 глубина ПГЗРО составляет около 1000 м, и горная порода является самодостаточным барьером безопасности.



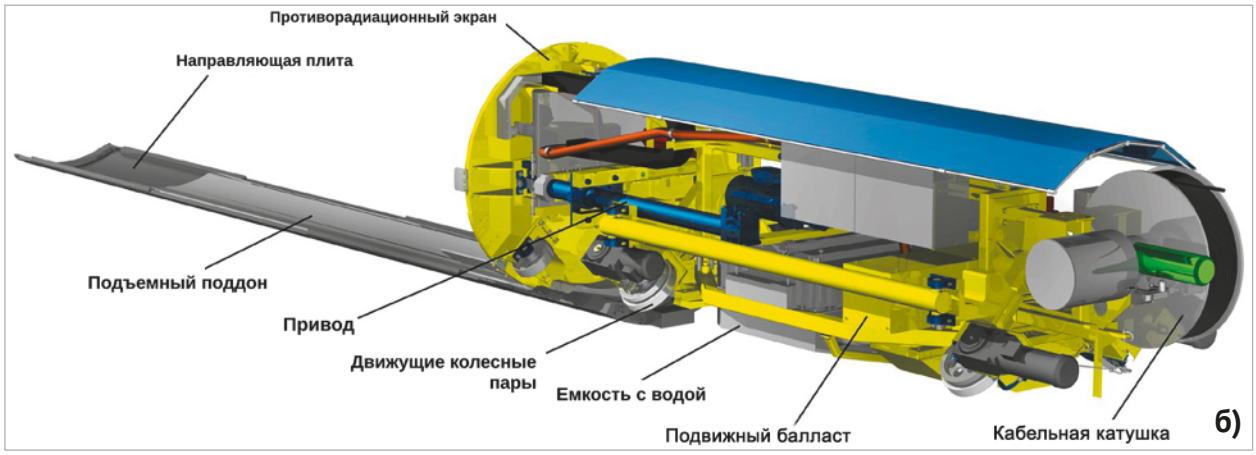


Рис. 3. Конструкция суперконтейнера [5] (а) и машина для его размещения в горизонтальных скважинах (б) [9]

4. Попытки размещения в одной вертикальной скважине более одного контейнера вызовут сложности с соблюдением необходимых технологических зазоров и (при отсутствии превентивной герметизации скважин) приведут к отбраковке больших объемов ГП — чем глубже скважина, тем больше вероятность ее пересечения водопроводящими трещинами. Использование подходов KBS-3H приведет к необходимости спуска под землю или сборки в выработках довольно сложной и громоздкой укладочной машины с поддоном на гидравлической подушке, что может оказаться проблематичным при размере спускаемой клети 5 × 2 м.

Несколько отличается от KBS-3 японская концепция H12, предполагающая размещение упаковок с ОВАО от переработки ОЯТ реакторов типа PWR в контейнерах из углеродистой стали в вертикальных скважинах или горизонтальных тоннелях. В качестве буфера предполагается использование песчано-бентонитовой смеси (весовое соотношение бентонит : песок — 70 : 30) [11]. В концепции H12 для кристаллических пород ПГЗРО располагается на глубине 1000 м.

В последней концепции МЦК, содержащие около 20 канистр с ОВАО или топливных сборок с ОЯТ, вертикально размещаются в больших вентилируемых выработках на срок около 300 лет, в течение которых происходит охлаждение упаковок и осуществляется их мониторинг. После достаточного охлаждения упаковок происходит закладка выработок с МЦК цементом или прессованным бентонитом [12, 13]. Данная концепция до последнего времени рассматривалась главным образом в связи с двумя обстоятельствами: (а) опасение, что при иных планировках ПГЗРО извлечение ОВАО (в случае принятия такого решения после длительного периода промежуточного хранения) может оказаться очень сложным, и (б) в некоторых случаях, согласно зарубежному законодательству, требуется, чтобы оператор по захоронению РАО выкупил участок земли под сооружение ПЗРО. В последнем случае ожидалось, что после длительной выдержки возможно более компактное размещение ОВАО и, следовательно, уменьшение площади, необходимой для захоронения. В настоящее время данный вариант рассматривается в основном как перспективный для обращения с будущими ВАО, чье тепловыделение, особенно при решении задачи замыкания топливного цикла, может более чем на порядок превышать тепловыделение имеющихся ОВАО.

Данная концепция наименее проработана с точки зрения долговременной безопасности. Сооружение вокруг МЦК при такой планировке ПГЗРО буфера из прессованного бентонита необходимой сухой плотности проблематично, а применение цементного буфера при захоронении ОВАО в кристаллических породах в настоящее время считается недостаточно проработанным из-за больших неопределенностей эволюции цементных материалов в условиях ПГЗРО в долгосрочной перспективе. Кроме того, характерные размеры выработок при данной концепции составляют 10—20 м по ширине и высоте, что в несколько раз больше, чем в иных концепциях. Изготовление МЦК больших размеров и их транспортировка достаточно дороги.

Предложение и анализ концепции СК

Впервые идея системы инженерных барьеров, где буфер находился бы во внешней оболочке из углеродистой стали, представляющей собой контейнер, изготавливаемый на поверхности, была предложена в [14]. Комбинированная упаковка, содержащая ОВАО, буфер и защитную оболочку, могла перевозиться и сразу размещаться в ПГЗРО. В концепции [14] первичные ОВАО размещались непосредственно в буфере, заключенном в толстую стальную оболочку (рис. 4). В отличие от концепции СК на рис. 3а, буфер и защитный контейнер меняются местами.

Рис. 4. Концепция СК [16]. Приведены оценочные размеры для проведения скрининговых расчетов

Предварительно оцененная толщина контейнера выбрана как минимум с целью обеспечения достаточной прочности при действии гидростатического давления 5 МПа, веса расположенных выше контейнеров, а также сохранения герметичности контейнера, содержащего ОВАО, с учетом коррозионных процессов на период не менее 50 000 лет. Детальные расчеты, в связи с их большим объемом, будут приведены в отдельной работе.

На рис. 5 схематично представлен вариант сборки СК в новой концепции. Сначала в открытом внешнем контейнере собирается нижняя

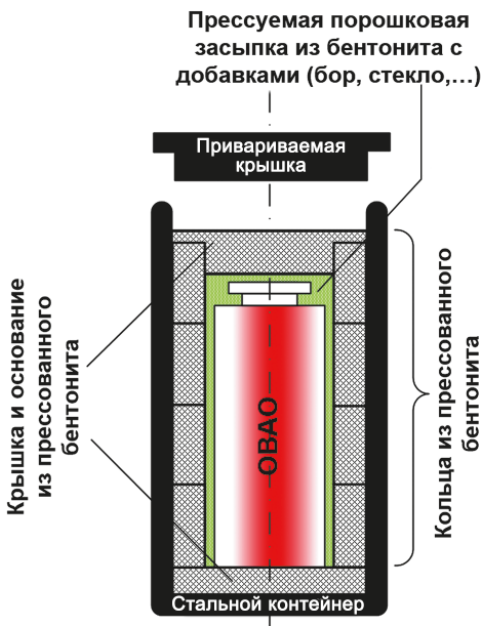


Рис. 5. Схема организации системы инженерных барьеров внутри СК

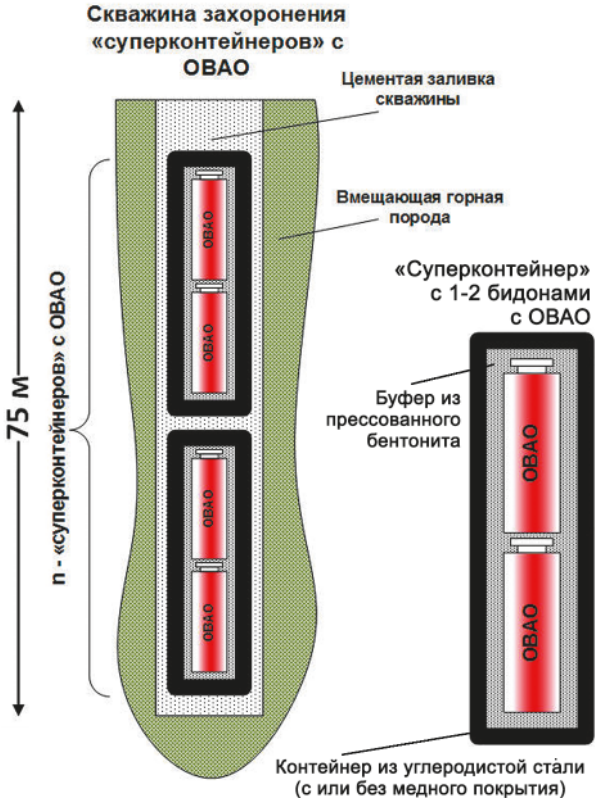


Рис. 6. Вариант захоронения ОВАО в новых СК

(основание) и боковая части буфера из прессованного бентонита (кольца). Затем в полость, образованную бентонитовыми кольцами, опускается бидон(ы) с ОВАО. Зазор между бидоном и буфером (~1—2 см) заполняется порошковым бентонитом с добавками, способными уменьшить выщелачивание алюмофосфатного стекла (стеклянный порошок того же состава) или являющимися нейтронным поглотителем (обеспечение подкритичности штабеля СК в скважине). Далее засыпка прессуется для увеличения сухой плотности, сборка буфера завершается установкой верхней крышки из прессованного бентонита. На внешний контейнер устанавливается привариваемая крышка.

Захоронение ОВАО в новом СК осуществляется в вертикальных скважинах длиной несколько десятков метров (рис. 6). Размер СК, содержащего один или два бидона с ОВАО, определяется грузоподъемностью доступного оборудования. Скважины при закладке СК заполняются цементным раствором (возможная технология приведена, например, в [15]). Число и расстояние между скважинами определяется требуемой вместимостью ПГЗРО и тепловыми ограничениями, определяющими достаточную прочность ГП и цементной закладки.

Приведенная конструкция СК позволяет решить ряд проблемных вопросов, а именно:

- уменьшать давление на внешний контейнер за счет более низкого газовыделения при анаэробной коррозии (за счет существенного уменьшения скорости коррозии стали в цементной заливке), отсутствия давления расширяющегося бентонита и продуктов коррозии на внешнюю оболочку контейнера. Данные обстоятельства позволяют уменьшить минимальную толщину внешнего металлического контейнера;
- допускать существенно бóльший нагрев СК за счет того, что бентонит долгое время (до разгерметизации внешнего контейнера) остается практически сухим и не деградирует — все известные механизмы деградации бентонита могут протекать лишь при наличии жидкой фазы;
- предъявлять более «мягкие» требования к критериям приемлемости ГП в отношении пересекающих выработки захоронения трещин, так как отсутствует возможность эрозии («размытия») бентонита подземными водами и, в отличие от внешнего бентонитового буфера, может быть осуществлена герметизация пересекающих скважину трещин цементом.

Концепция долговременной безопасности предлагаемого варианта захоронения ОВАО определяется свойствами многобарьерной защиты. Защитные барьеры (в направлении потенциального распространения радионуклидов из ОВАО) включают: бентонитовый буфер внутри СК, внешний защитный контейнер СК, цементную закладку скважины захоронения и вмещающие горные породы.

Стекломатрица ОВАО и материал их первичной упаковки (тонкий стальной бидон) в качестве барьеров консервативно не рассматриваются. Стекломатрица, помимо исходных, довольно низких защитных свойств алюмофосфатного стекла, будет с большой вероятностью деформирована несимметричным давлением набухающего бентонита после разгерметизации внешней оболочки СК[2]. Бидон, содержащий ОВАО, имеет малую толщину (4 мм) и не является герметичным.

Первым барьером, препятствующим коррозии и разрушению СК, будет служить цементная заливка. Растрескивание цемента является неизбежным процессом, связанным с его физико-химическими свойствами. На ранней стадии схватывания цемента (порядка 2 дней) образование трещин будет связано с его усадкой и сепарацией водной фазы на поверхности, расширением за счет экзотермических реакций при схватывании с последующим сжатием при остывании. Однако условия застывания цементной закладки в замкнутом пространстве при послойном внесении, малая скорость испарения влаги с поверхности в условиях скважины и подогрев закладки за счет радиационного тепловыделения ОВАО в СК позволят существенно уменьшить число и размеры образующихся трещин по сравнению с обычными условиями застывания бетона [16].

Консервативно оценено, что характерное раскрытие трещин на стадии застывания цемента составит доли миллиметра. Дальнейшего увеличения размеров и количества трещин в цементной закладке не ожидается до остывания ОВАО и сжатия корпуса СК, а также образования существенного объема продуктов коррозии стального корпуса СК (через несколько сот лет).

Полное насыщение ПГЗРО подземными водами, в зависимости от расположения скважины и свойств окружающих ГП, ожидается не ранее чем через несколько десятков лет [17]. В условиях высокощелочной среды, формируемой цементной закладкой скважины, коррозия внешнего контейнера из углеродистой стали будет протекать в основном однородно с очень низкой скоростью (~ 0,1 мкм/год) [18].

В результате деградации цементной закладки (разрушения ее структуры и уменьшения pH поровых вод) и коррозии внешней оболочки СК неизбежна его разгерметизация и поступление подземных вод (ПВ) внутрь СК. Однако, по предварительным оценкам, данное событие, при толщине цементной заливки около 30 см, произойдет не ранее чем через 50—100 тыс. лет после закрытия ПГЗРО, когда тепловыделение ОВАО станет незначительным и максимальная температура внутри СК будет близка к температуре массива (около 5 °С)[3]. В дальнейшем, при более детальном анализе, должно адекватно учитываться время деградации цементной закладки, которое может корректироваться ее толщиной (диаметром скважины), а также закупоркой мелких трещин ГП, образующимся при деградации цемента кальцитом [19, 20].

Объем части продуктов деградации цемента и особенно продуктов коррозии стального контейнера превышает их исходный объем. Можно ожидать, что после деградации объем закладки существенно не изменится и поток ПВ через скважину если и возрастет, то незначительно по сравнению с существующим на момент полного насыщения ПГЗРО.

Скорость поступления ПВ внутрь СК будет определяться: гидравлическим градиентом; водопроводимостью окружающих ГП и деградировавшей цементной закладки, смешанной с продуктами коррозии стальной оболочки СК; размерами разуплотнения во внешней оболочке и водопроводимостью бентонита внутри СК. Начальный размер разуплотнения в корпусе СК будет незначительным и определяться возможными дефектами (в основном сварного шва) в металле. С большой вероятностью они будут закупорены расширяющимся (набухающим) бентонитом. Разуплотнение оболочки СК из-за образования трещины после существенной потери его толщины за счет однородной коррозии также с большой вероятностью будет закупорено расширяющимся бентонитом. Значительное разрушение внешней оболочки за счет однородной коррозии и, собственно, разгерметизация контейнера, а также поступление радионуклидов в массив горных пород, вмещающий ПГЗРО, произойдет существенно позже.

Деградации бентонитового буфера в составе СК, которая может быть вызвана поступающими щелочными ПВ, не ожидается, так как разгерметизация СК произойдет только после существенного уменьшения pH поровых вод цементной закладки.

Если будет использован СК с медным покрытием внешней поверхности, то его

[2] При условии положительных результатов оценки долговременной безопасности, требования к стекломатрице ОВАО в данной концепции могут быть существенно снижены по сравнению с установленными в НП-093-14.

[3] Приводимые количественные оценки являются предварительными, основываются преимущественно на объектах-аналогах ПГЗРО и должны стать предметом количественных расчетов с реальными значениями исходных параметров.

разгерметизация произойдет значительно позже по сравнению с описываемым выше стальным СК[4]. Однако можно ожидать, что в любом случае существенная разгерметизация СК произойдет не ранее чем через 50 тыс. лет, т. е. времени наступления иного климатического периода, который будет характеризоваться значительным похолоданием, вплоть до промерзания ГП до глубины ПГЗРО. Данный период продлится еще порядка 20 000—50 000 лет, в течение которых распространения радионуклидов в ГП не ожидается.

После значительной разгерметизации СК основная барьерная функция переходит к набухшему бентониту, который вместе с деградировавшей цементной закладкой и продуктами коррозии стального корпуса СК должен обеспечить диффузионный характер миграции радионуклидов из ОВАО за пределы ближней зоны ПГЗРО. Ожидается, что сорбционные характеристики инженерных барьеров окажутся достаточными для сорбции большей части радионуклидов, кроме практически не сорбируемых долгоживущих анионов.

Дополнительным защитным барьером служат вмещающие ГП, роль которых сводится к задержке распространения несорбируемых радионуклидов на характерное время в несколько сотен лет, а также уменьшению концентрации и «размытию» фронта радионуклидного шлейфа за счет матричной диффузии радионуклидов в ГП.

Прямые оценки радиационного воздействия ПГЗРО на биосферу, а тем более на человеческую популяцию крайне затруднены, так как поступление радионуклидов в приповерхностный слой грунта произойдет после ледникового периода, через промежуток времени порядка 200 000 лет после закрытия ПГЗРО. На это время характер биосферы, а тем более переходные коэффициенты для связи поступления радионуклидов в поверхностный слой почвы с ожидаемыми дозами воздействия на население, сколь-нибудь надежно прогнозировать невозможно.

Радиационное воздействие на население в течение первых 10 000 лет, когда еще возможна экстраполяция существующих поведенческих особенностей населения и климатических условий, вероятно лишь в случае непредвиденной

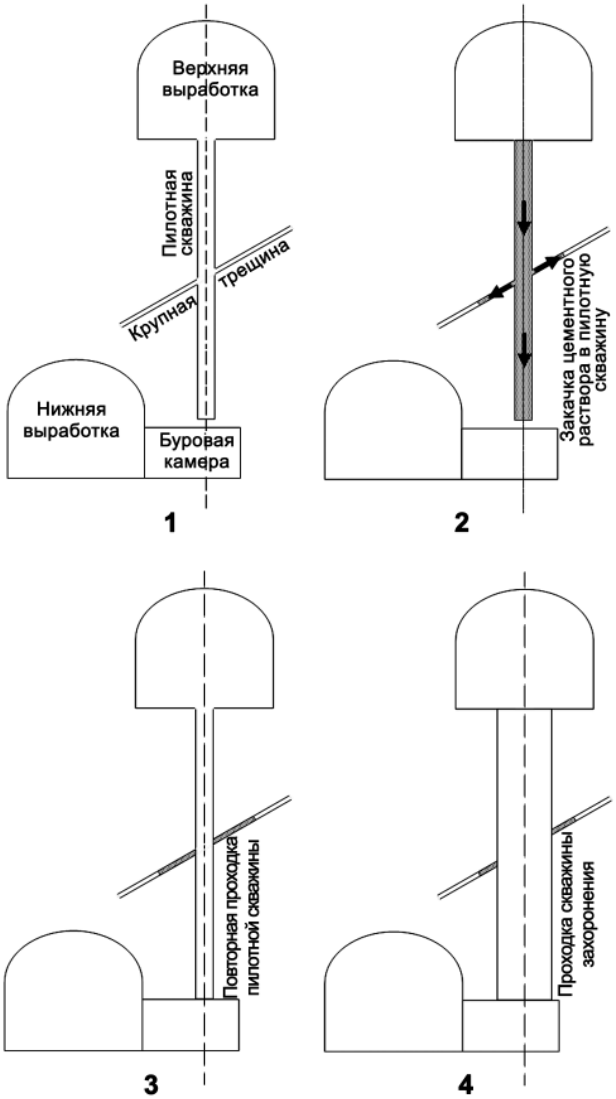


Рис. 7. Иллюстрация способа герметизации крупных трещин, пересекающих скважину захоронения (пояснение этапов 1—4 см. в тексте)

разгерметизации СК, которая в данной концепции является аварийным событием.

Как уже говорилось, время защитного действия СК можно значительно увеличить с помощью медного покрытия его внешней поверхности, а время защитного действия цементной закладки, кроме очевидного решения — увеличения ее толщины[5], путем предварительной (до размещения упаковок ОВАО) герметизации крупных водопроводящих трещин, пересекающих скважину. Герметизация должна проводиться путем закачки в трещину цементного раствора под давлением.

[4] Толщина медного контейнера в концепции KBS-3 (примерно 5 см) в значительной мере обусловлена технологическими требованиями. Для обеспечения коррозионной стойкости СК достаточно медного покрытия толщиной примерно 1 см. В настоящее время освоены технологии нанесения медных покрытий путем электролитического осаждения или холодного напыления (см., например, [21,22]).

[5] Слишком большая толщина цементной закладки, с одной стороны, увеличит время герметичности СК, но с другой — после ее деградации — может привести к низкой плотности бентонита после набухания. Толщина цементной закладки должна стать предметом расчетной оптимизации.

Способ герметизации должен быть разработан, однако предварительно предлагается следующий порядок действий (рис. 7):

1. Осуществляется проходка (не доходя до буровой камеры) пилотной скважины.

2. В пилотную скважину под большим давлением подается жидкая смесь на основе цемента. Давление смеси должно быть достаточным, чтобы цементный раствор затекал в крупные трещины, пересекающие пилотную скважину, а также (после ее проходки) скважину захоронения ОВАО.

3. После застывания раствора пилотная скважина через цементную заливку проходится вновь, уже до пересечения с буровой камерой. При этом пересекающие пилотную скважину и скважину захоронения ОВАО крупные трещины оказываются заделанными цементным раствором.

4. Осуществляется проходка скважины захоронения.

Можно полагать, что требования изоляции скважин для цементной закладки окажутся менее жесткими, чем для бентонита. Однако, если по каким-либо причинам герметизации трещин данным способом окажется недостаточно, возможна герметизация скважины при ее рабочем диаметре устройством типа «мегапакер» [23, 24], когда пакерами выделяется непосредственно требующий герметизации участок скважины.

Дополнительными преимуществами предлагаемой концепции является возможность параллельного с ОВАО захоронения РАО класса 2[6], для которых буферным материалом является цемент, бóльшая механическая прочность СК и его лучшие радиационно-защитные характеристики. Для концепций типа KBS-3, где в качестве буфера используется прессованный бентонит, параллельное размещение РАО с цементным буфером считается недопустимым и минимальное расстояние между подобными объектами должно составлять не менее 200—300 м [25]. Толстые внешние стенки СК обеспечат его большую стойкость при возможных авариях, например при его падении в шахтный ствол, и облегчат обращение с аварийным СК.

[6] Долговременная радиационная опасность реакторного графита, относящегося к РАО класса 2, определяется практически не сорбируемым ^{36}Cl, а также ^{14}C, для которых цементный буфер недостаточно эффективен. По-видимому, лучшим решением будет использование бентонитового буфера. В случае решения о размещении графита в ПГЗРО НКМ должны быть приняты планировочные решения, позволяющие разместить графит «выше по течению» ПВ и минимизировать негативное влияние выщелатов цемента на бентонитовый буфер.

О реализации концепции

В целом концепция СК позволяет реализовать матричную компоновку подземной части с двумя горизонтами и глубокими скважинами. Очевидно, что это решение является компромиссным, так как не позволяет полностью устранить ряд проблем, связанных с глубиной данных скважин, а именно:

- проблемы с падением упаковок на дно скважины;
- сложность механизации работ на таких глубинах;
- проблемы с обеспечением качества заполнения зазоров закладочной смесью между контейнером и скважиной;
- высокая вероятность пересечения зон трещиноватости.

Вопросы, касающиеся изготовления СК и его стоимости, требуют отдельного рассмотрения. Среди них: технологии медного напыления, изготовление прессованных бентонитовых изделий, технологии сварки и контроля сварного шва для толстостенного корпуса и крышки. Поэтому в настоящее время сложно давать оценки стоимости СК.

Заключение

Создание пунктов геологического захоронения РАО имеет ряд организационных особенностей в сравнении с другими объектами капитального строительства. Эти особенности связаны: 1) с наличием геологических неопределенностей, которые можно устранить только в ходе непосредственно реализации проекта (на ранних стадиях это возможно только путем существенного увеличения консерватизма решений по безопасности); 2) существующим противоречием между непрерывным (а иногда и принципиальным, поскольку время реализации проектов достигает нескольких десятилетий) развитием технологий и методов анализа, с одной стороны, и наличием проектной документации — с другой.

Сооружение ПИЛ, как первый этап создания ПГЗРО, направлено, в частности, и на минимизацию влияния этих особенностей.

Из представленного в статье анализа следует, что среди рассмотренных «классических» концепций KBS-3H является принципиально пригодной, но вызовет трудности со спуском или сборкой под землей машины, требуемой для размещения упаковок в горизонтальных скважинах. Концепция МЦК, помимо дороговизны и не проработанности многих технических аспектов, представляет собой, по сути, отложенное решение. Рассматриваемый в статье новый подход

позволяет обеспечить для «матричной» концепции ПГЗРО приемлемый уровень безопасности.

В настоящее время нами анализируются несколько дополнительных концепций, потенциально применимых для ПГЗРО в кристаллических породах, в числе которых варианты с горизонтальным размещением упаковок и организацией воздушного охлаждения РАО в подземном комплексе. В частности, прорабатывается вариант с установкой тонкостенной первичной упаковки в тупиковые вертикальные скважины небольшой глубины с организацией мощного бентонитового буфера. Для определения оптимального варианта, экономически приемлемого и удовлетворяющего всем необходимым критериям безопасности, необходимо в дальнейшем выполнить обзор и сравнение наиболее перспективных альтернативных концепций.

Для дальнейшей проработки концепции СК и сравнения ее с другими альтернативными вариантами захоронения РАО понадобятся дополнительные исследования и разработки, среди которых основными, как видится в настоящее время, являются следующие:

- определение минимальной толщины СК и необходимости нанесения на него антикоррозионного покрытия;
- разработка технологии и решение вопроса о месте, где будет проходить загрузка бидонов с ОВАО в СК;
- изучение долговременной стойкости и оптимизация параметров цементной закладки для СК в скважинах;
- разработка и освоение технологии превентивной герметизации скважин захоронения.

Основной недостаток новой концепции — ее малая проработанность и наличие ряда вопросов, существенных для прогноза долговременной эволюции инженерных барьеров, которые ранее в такой комбинации не рассматривались. Однако предварительный анализ дает оптимистические оценки.

Литература

1. Underground Disposal of Radioactive Wastes. Proceedings of a Symposium on the Underground Disposal of Radioactive Wastes, Jointly Organized by the International Atomic Energy Agency and the OECD Nuclear Energy Agency and held at Otaniemi, Finland, 2—6 July 1979. Vol. I, II. IAEA, Vienna, 1980.
2. Материалы обоснования лицензии на размещение и сооружение не относящегося к ядерным установкам пункта хранения РАО, создаваемого в соответствии с проектной документацией на строительство объектов окончательной изоляции РАО (Красноярский край, Нижнеканский массив) в составе подземной исследовательской лаборатории (включая материалы оценки воздействия на окружающую среду). Тома I-IV, ФГУП «НО РАО». Москва, 2015. URL: http://www.norao.ru/ecology/mol/ (дата обращения 1.10.2018).
3. Оптимизация исследований и разработка системы принятия решений по реализации стратегического мастер-плана по оценке и обоснованию долговременной безопасности ПГЗРО для захоронения РАО 1 и 2 классов в Нижнеканском массиве (участок «Енисейский») : Отчет о НИР по государственному контракту № Н.4д.241.20.17.1044 от 29.03.2017. ИБРАЭ РАН, 2017.
4. *Baldwin T., Chapman N. & Neall F.* Geological Disposal Options for High-Level Waste and Spent Fuel. Report for the UK Nuclear Decommissioning Authority, January 2008. 127 p.
5. KBS-3H System Design Phase 2011–2016: Final Report. Posiva — SKB Report 06, July 2017. 162 p.
6. Long-Term Safety for KBS-3 Repositories at Forsmark and Laxemar — a First Evaluation. Main Report of the SR-Can Project, SKB Technical Report TR-06-09. Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Stockholm, Sweden, 2006. 613 p.
7. FEBEX Project — Full-Scale Engineered Barriers Experiment for a Deep Geological Repository for High Level Radioactive Waste in Crystalline Host Rock. Final Report. ENRESA publication technical 1/2000. URL: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/31/033/31033797.pdf?r=1.
8. *Torresa E., Turreroa M. J., Morenoa D., Sáncheza L., Garralón A.* FEBEX In-Situ Test: Preliminary Results of the Geochemical Characterization of the Metal/Bentonite Interface // 15th Water-Rock Interaction International Symposium, WRI-15. Procedia Earth and Planetary Science, v. 17, 2017, pp. 802—805.
9. Description of KBS-3H Design Variant. Posiva Oy, Posiva 2012-50, 2012. 126 p.
10. Long-Term Safety for the Final Repository for Spent Nuclear Fuel at Forsmark. Main Report of the SR-Site Project. SKB TR-11-01 vol/ 1-3, Svensk Kärnbränslehantering AB, 2011.
11. H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan. Supporting Report 2. Repository Design and Engineering Technology. JNC Report TN1410 2000-003, April 2000. 712 p.
12. Geological Disposal: Review of Options for Accelerating Implementation of the Geological Disposal Programme. Nuclear Decommissioning Authority, NDA/RWMD/083, 2010. 57 p.
13. *Hicks T. W., Baldwin T. D., Hill I., Watson S., White M. J.* The Feasibility of Using Multipurpose

Containers for the Geological Disposal of Spent Fuel and High Level Radioactive Waste, AREVA-Quintessa-Galson Report 1107-01, 2011. 67 p.
14. *Apted M. J.* A Modest Proposal: A Robust, Cost-Effective Design for High-Level Waste Package, Proc. of MRS '97, Switzerland, October 1997.
15. *Богатов С. А.* Захоронение остеклованных ВАО в вертикальных скважинах с цементной закладкой — полюсы и минусы с точки зрения обеспечения долговременной безопасности ПГЗРО // Радиоактивные отходы. 2018. № 1 (2). С. 21—33.
16. *Swift B. T., Bamforth P. B., Hoch A. R., Jackson C. P., Roberts D. S. and Baston G. M. N.* Cracking, Flow and Chemistry in NRVB. SERCO Report SERCO/TAS/000505/001 — Issue 3 to the NDA RWMD, October 2010. 155 p.
17. Geological Disposal. Near-field evolution status report. NDA Report no. NDA/RWMD/033, December 2010. 167 p.
18. *King F.* Durability of High Level Waste and Spent Fuel Disposal Containers — an Overview of the Combined Effect of Chemical and Mechanical Degradation Mechanisms. Appendix B.2 Corrosion of Carbon Steel. NDA RWMD Report QRS-1589A-R1_AppB2, QRS-1589A-R1_AppB2. 42 p.
19. *Brodersen K. and Nilsson K.* Pores and cracks in cemented waste and concrete. Cement and Concrete Research // Cement and Concrete Research. 1992. V. 22. pp. 405—417.
20. Cementitious Materials in Safety Cases for Geological Repositories for Radioactive Waste: Role, Evolution and Interactions. Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Co-operation and Development (NEA OECD), Brussels, Belgium. November 2009. 258 p. URL: https://www.oecd-nea.org/rwm/docs/2012/rwm-r2012-3.pdf (дата обращения 21.07.2017).
21. *Irissou E., Legoux J.-G., Ryabinin A., Jodoin B. and Moreau C.* Review on Cold Spray Process and Technology: Part I — Intellectual Property // J. Therm. Spray Technol. 2008. No. 17. Pp. 495—516.
22. *Aust K., Brooks I., Gonzalez F., Lin P., Palumbo G., Tomantschger K. and Nagarajan N.* Method for preparing polycrystalline structures having improved mechanical and physical properties: Canadian Patent No. 2674403, 2008.
23. KBS-3H. Complementary studies, 2008–2010. SKB TR-12-01, Svensk Kärnbränslehantering AB, 2012. 259 p.
24. *Hicks T. W., Watson S. P.* A Potential Methodology for Determining a Tolerable Separation Distance between Disposal Areas Containing Different Types of Waste. Galson Sciences Ltd and Quintessa Ltd Report 1151b1-3 (Version 2), December 2015. 71 p.
25. *Eriksson M., Lindström L.* KBS-3H Post-Grouting. Mega-Packer test at – 220 m level at Äspö HRL. SKB R-08-42, Svensk Kärnbränslehantering AB, 2008. 60 p.

Информация об авторах

Богатов Сергей Александрович, кандидат физико-математических наук, ведущий научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, ул. Большая Тульская, 52), e-mail: sbg@ibrae.ac.ru.

Крючков Дмитрий Вячеславович, кандидат технических наук, старший научный сотрудник, и. о. заведующего лабораторией, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, ул. Большая Тульская, 52), e-mail: dvk@ibrae.ac.ru.

Павлов Дмитрий Игоревич, руководитель направления отдела по обращению с РАО и охране окружающей среды. Санкт-Петербургский филиал АО «ФЦНИВТ «СНПО «ЭЛЕРОН» — «ВНИПИЭТ» (197183, Санкт-Петербург, ул. Дибуновская, 55), e-mail: dipavlov@eleron.ru.

Сыченко Денис Владимирович, начальник технического отдела. Санкт-Петербургский филиал АО «ФЦНИВТ «СНПО «ЭЛЕРОН» — «ВНИПИЭТ» (197183, Санкт-Петербург, ул. Дибуновская, 55), e-mail: sychenko.d.w@eleron.org.

Библиографическое описание статьи

Богатов С. А., Крючков Д. В., Павлов Д. И., Сыченко Д. В. Анализ различных концепций захоронения РАО класса 1 в кристаллических породах // Радиоактивные отходы. 2020. № 3 (12). С. 66—77. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-3-66-77.

ANALYSIS OF VARIOUS CONCEPTS FOR RW CLASS 1 DISPOSAL IN CRYSTALLINE ROCKS

Bogatov S. A.[1], Kryuchkov D. V.[1], Pavlov D. I.[2], Sychenko D. V.[2]

[1]Nuclear Safety Institute of Russian Academy of Sciences, Moscow, Russian Federation

[2]St. Petersbutrg Branch of Joint Stock Company "Federal Center of Science and High Technologies "SNPO "Eleron", St. Petersburg, Russian Federation

Article received on August 5, 2020

The paper considers most elaborated concepts for SNF and HLW disposal in crystalline rocks. It explores in detail an alternative concept suggesting the use of a super-container (SC) with a bentonite buffer located inside a steel body and the SC itself located in vertical wells inside a cement backfill, which is also used to seal fractures crossing the wells.

Keywords: *geological disposal, crystalline rocks, super-container, bentonite buffer, cement backfill, radioactive waste.*

References

1. *Underground disposal of radioactive wastes. Proceedings of a symposium on the underground disposal of radioactive wastes,* jointly organized by the International Atomic Energy Agency and the OECD Nuclear Energy Agency and held at Otaniemi, Finland, 2—6 July 1979. Vol. I, II. IAEA, Vienna, 1980.

2. *Materialy obosnovaniya licenzii na razmeshchenie i sooruzhenie ne otnosyashchegosya k yadernym ustanovkam punkta hraneniya RAO, sozdavaemogo v sootvetstvii s proektnoj dokumentaciej na stroitel'stvo ob"ektov okonchatel'noj izolyacii RAO (Krasnoyarskij kraj, Nizhne-Kanskij massiv) v sostave podzemnoj issledovatel'skoj laboratorii (vklyuchaya materialy ocenki vozdejstviya na okruzhayushchuyu sredu).* Toma I-IV, FGUP "NO RAO", Moskva. — 2015 g. [Materials supporting the license application for siting and construction of a RW storage facility not being categorized as a nuclear facility established in accordance with the design documentation for the construction of facilities for the final disposal of RW (Krasnoyarsk Territory, Nizhne-Kansk massif) as part of an underground research laboratory (including materials of the environmental impact assessment). Volumes I-IV, FSUE NO RAO, Moscow — 2015] URL: http://www.norao.ru/ecology/mol/, (data obrashcheniya 1.10.2018).

3. Otchet o nauchno-issledovatel'skoj rabote po gosudarstvennomu kontraktu ot 29.03.2017 № N.4d.241.20.17.1044. *"Optimizaciya issledovanij i razrabotka sistemy prinyatiya reshenij po realizacii strategicheskogo master-plana po ocenke i obosnovaniyu dolgovremennoj bezopasnosti PGZRO dlya zahoroneniya RAO 1 i 2 klassov v Nizhne-Kanskom massive (uchastok "Enisejskij")".* [Report on the R&D under the state contract of March 29, 2017 No. N.4d.241.20.17.1044 Optimization of Research and Development of a Decision-Making System for the Implementation of a Strategic Master Plan to Assess and Demonstrate the Long-Term Safety of Underground Waste Disposal Facilities for RW Class 1 and 2 in the Nizhne-Kansk Rock Mass (Yeniseiskiy site)]. IBRAE RAN, 2017.

4. Baldwin T., Chapman N. & Neall F. *Geological Disposal Options for High-Level Waste and Spent Fuel.* Report for the UK Nuclear Decommissioning Authority, January 2008 — 127 p.

5. *KBS-3H System Design Phase 2011—2016:* Final Report. Posiva - SKB Report 06, July 2017. — 162 p.

6. *Long-term safety for KBS-3 repositories at Forsmark and Laxemar — a first evaluation.* Main report of the SR-Can project, SKB Technical Report TR-06-09. Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Stockholm, Sweden, 2006. 613 p.

7. *FEBEX project — full-scale engineered barriers experiment for a deep geological repository for high level radioactive waste in crystalline host rock.* FINAL REPORT. ENRESA publicacion tecnica 1/2000. URL: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/31/033/31033797.pdf?r=1

8. Torresa E., Turreroa M. J., Morenoa D., Sánchez a L., Garralón A. FEBEX In-Situ Test: Preliminary Results of the Geochemical Characterization of the Metal/Bentonite Interface. 15th Water-Rock Interaction International Symposium, WRI-15. *Procedia Earth and Planetary Science,* 2017, v. 17, pp. 802—805.

9. *Description of KBS-3H Design Variant.* — Posiva Oy, Posiva 2012-50, 2012. 126 p.

10. *Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark.* Main report of the SR-Site project. SKB TR-11-01 vol. 1—3, Svensk Kärnbränslehantering AB, 2011.

11. H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan. Supporting

Report 2. Repository Design and Engineering Technology. *JNC Report TN1410 2000-003,* April 2000. — 712 p.
12. Geological Disposal: Review of Options for Accelerating Implementation of the Geological Disposal Programme. Nuclear Decommissioning Authority, *NDA/RWMD/083,* 2010. — 57 p.
13. Hicks T. W., Baldwin T. D., Hill I., Watson S., White M. J. The Feasibility of using Multipurpose Containers for the Geological Disposal of Spent Fuel and High Level Radioactive Waste, *AREVA-Quintessa-Galson Report 1107-01,* 2011. — 67 p.
14. Apted M. J. A Modest Proposal: A Robust, Cost-Effective Design for High-Level Waste Package, *Proc. of MRS '97,* Switzerland, October 1997.
15. Bogatov S. A. Zahoronenie osteklovannyh vao v vertikal'nyh skvazhinah s cementnoj zakladkoj — plyusy i minusy s tochki zreniya obespecheniya dolgovremennoj bezopasnosti PGZRO [Hlw disposal of in vertical deposition holes with cement backfill — pro and contra with regard to long term safety of geological disposal facility]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive waste,* 2018, no. 1 (2), pp. 21—33.
16. Swift B. T., Bamforth P. B., Hoch A. R., Jackson C. P., Roberts D. S. and Baston G. M. N. *Cracking, Flow and Chemistry in NRVB.* SERCO Report SERCO/TAS/000505/001 — Issue 3 to the NDA RWMD, October 2010. — 155 p.
17. Geological Disposal. Near-field evolution status report. *NDA Report no. NDA/RWMD/033,* December 2010. — 167 p.
18. King F. Durability of High Level Waste and Spent Fuel Disposal Containers — an overview of the combined effect of chemical and mechanical degradation mechanisms. Appendix B.2 — Corrosion of Carbon Steel. *NDA RWMD Report QRS-1589A-R1_AppB2,* — 42 p.
19. Brodersen K. and Nilsson K. Pores and cracks in cemented waste and concrete. Cement and Concrete Research. *Cement and Concrete Research,* 1992, vol. 22, pp. 405—417.
20. *Cementitious materials in safety cases for geological repositories for radioactive waste: Role, evolution and interactions.* Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Co-operation and Development (NEA OECD), Brussels, Belgium. November 2009. 258 p. URL: https://www.oecd-nea.org/rwm/docs/2012/rwm-r2012-3.pdf (accessed 21.07.2017).
21. Irissou E., Legoux J.-G., Ryabinin A., Jodoin B. and Moreau C. Review on cold spray process and technology: Part I-intellectual property. *J. Therm. Spray Technol.,* 2008, No. 17, pp. 495—516.
22. Aust K., Brooks I., Gonzalez F., Lin P., Palumbo G., Tomantschger K. and Nagarajan N. *Method for preparing polycrystalline structures having improved mechanical and physical properties.* Canadian Patent No. 2674403, 2008.
23. KBS-3H. Complementary studies, 2008–2010. *SKB TR-12-01,* Svensk Kärnbränslehantering AB, 2012, 259 p.
24. Hicks T. W., Watson S. P. A Potential Methodology for Determining a Tolerable Separation Distance Between Disposal Areas Containing Different Types of Waste, *Galson Sciences Ltd and Quintessa Ltd Report 1151b1-3* (Version 2), December 2015, 71 p.
25. Eriksson M., Lindström L. KBS-3H post-grouting. Mega-Packer test at –220 m level at Äspö HRL. *SKB R-08-42,* Svensk Kärnbränslehantering AB, 2008, 60 p.

Information about the authors

Bogatov Sergey Alexandrovich, PhD, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulskaya st., Moscow, Russia, 115191), e-mail: sbg@ibrae.ac.ru.

Kryuchkov Dmitry Vyacheslavovich, PhD, Chief of Laboratory, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulskaya str., Moscow, 115191, Russia), e-mail: dvk@ibrae.ac.ru.

Pavlov Dmitriy Igorevich, Team Leader of Saint-Petersburg branch of JSC "FCNIVT "SNPO "ELERON" — "VNIPIET" (55, Dibunovskaiy st., St-Petersburg, 197183, Russia), e-mail: dipavlov@eleron.ru.

Sychenko Denis Vladimirovich, Head of technical department of Saint-Petersburg branch of JSC "FCNIVT "SNPO "ELERON" — "VNIPIET" (55, Dibunovskaiy st., St-Petersburg, 197183, Russia), e-mail: sychenko.d.w@eleron.org

Bibliographic description

Bogatov S. A., Kryuchkov D. V., Pavlov D. I., Sychenko D. V. Analysis of Various Concepts for RW Class 1 Disposal in Crystalline Rocks. *Radioactive Waste,* 2020, no. 3 (12), pp. 66—77. (in Russian). DOI: 10.25283/2587-9707-2020-3-66-77.